

Self-spaced Square Finned 핵연료봉 다발에 대한 임계열유속 Critical Heat Flux for Self-spaced Square Finned Fuel Rods Bundle

천세영, 전형길, 황대현, 송철화, 이두정

한국원자력연구소
303-353 대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

한국원자력연구소가 개발하고있는 신형원자로용 SSF 핵연료에 대한 CHF 실험을 수행하기 위해 기존 RCS 열수력 Loop의 개조를 통하여 저유량 CHF Test Loop, 외압에 인한 가열봉의 파손을 방지하기 위한 압력 평형관 방법 및 직류 전원공급장치를 개발, 제작하였다. SSF형 가열봉에 적용 가능한 상관식과 원통형 가열봉에 적용 가능한 기존 상관식과의 비교를 통하여 SSF 핵연료봉 다발의 CHF 성능은 기존 핵연료봉 다발에 비해 10~40 % 정도 우수한 것으로 예상된다. 기존 상관식의 적용 가능성을 평가하기 위해 SSF 핵연료봉 다발과 유사한 배열을 갖는 실험자료와 기존 상관식을 비교 검토한 결과 러시아 상관식을 포함하여 기존 상관식들은 SSF형 핵연료봉 다발의 개발이나 노심 안전해석에 사용하기에는 부적절하다고 판단되며 실험을 통한 CHF Data Base의 확보가 시급한 것으로 사료된다.

Abstract

For the development of the advanced integral reactor for nuclear co-generation, KAERI is developing a new type fuel such as SSF fuel rods bundle. The existing RCS loop was modified. The very low flow test loop, pressure equalization line method and high performance D. C. power supply control system were developed newly to carry out the CHF test for the SSF fuel rods bundle. The SSF fuel bundle performance for the CHF is expected to be 10 % to 40 % higher than for the existing fuel bundle, from the results of comparison between the correlations for SSF type fuel and for the existing fuel. The CHF experimental data with rod lattice similar to SSF fuel bundle were compared with the existing correlations. The existing correlations including the Russian correlation, were evaluated to be not proper for the application to SSF fuel bundle development and reactor safety analysis. It was thus concluded that the experimental CHF data should be secured.